

福島第一原子力発電所3号炉
新耐震指針に基づく耐震バックチェック
(中間報告)を踏まえた高経年化技術評価
(耐震安全性評価)について(参考)

平成22年7月16日
東京電力株式会社



東京電力

福島第一原子力発電所3号炉の 高経年化技術評価と耐震バックチェエックの時系列

高経年化技術評価

○平成18年1月

高経年化技術評価書を提出（旧耐震設計審査指針に基づく地震力を用いた評価）

○平成18年3月

国はガイドライン、審査要領に基づき、厳格な審査を経て、評価結果は妥当であると審査結果を公表

耐震バックチェエック

○平成18年9月

耐震設計審査指針が改訂（新耐震指針）され、既設プラントの耐震安全性評価（耐震バックチェエック）を開始

○平成19年7月

中越沖地震から得られる知見を耐震安全性評価に適切に反映し早期に評価を完了する旨国より指示

○平成21年6月

耐震設計審査指針の改定に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（耐震バックチェエック（中間報告））

○平成21年1月

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」改正され、高経年化に係る10年間の保安方針（長期保守管理方針）を保安規定の記載事項として認可

新旧耐震指針の評価用地震動について

項目	最大加速度振幅 (解放基盤表面)		備考
	水平方向	鉛直方向	
新耐震 指針	S _s -1	450 Gal	内陸地殻内地震・ プレート間地震
	S _s -2	600 Gal	
	S _s -3	450 Gal	海洋プレート内 地震
旧耐震 指針	S ₁	180 Gal	震源を特定せず 策定する地震動
	S ₂	270 Gal (直下地震以外) 370 Gal (直下地震)	

耐震バックチェック(中間報告)の対象機器・構築物

機器・構築物	評価部位
原子炉建屋	耐震壁
原子炉圧力容器	基礎ボルト
原子炉格納容器	ドライウエル
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト
炉心支持構造物(炉内構造物)	シユラウドサポート
主蒸気系配管	配管本体
残留熱除去系配管	配管本体
制御棒	制御棒*

*：動的機能維持評価(挿入性)

耐震安全性評価の対象機器・構築物において想定される 経年劣化事象

耐震バックアップ（中間報告）		評価部位	高経年化技術評価において 想定される経年劣化事象
機器・構築物			
原子炉建屋	耐震壁		強度低下 遮へい能力低下
原子炉圧力容器	基礎ボルト		全面腐食
原子炉格納容器	ドライウエル		全面腐食
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト		全面腐食
炉心支持構造物 （炉内構造物）	シユラウド サポート		疲労割れ 粒界型応力腐食割れ
主蒸気系配管	配管本体		疲労割れ
残留熱除去系配管	配管本体		流れ加速型腐食，液滴衝撃エロージョン
制御棒	制御棒		疲労割れ 照射誘起型応力腐食割れ，粒界型応力腐食 割れ，靱性低下

経年劣化事象が顕在化した場合，機器の振動応答特性上，または構造・強度上，影響が「有意」な事象

劣化事象を想定した耐震安全性評価が不要と判断した理由(1/3)

耐震バックチェック (中間報告)	高経年化技術 評価において 想定される 経年劣化事象		耐震安全性評価対象外の理由 (PLM評価書の記載概要)
	機器・ 構築物	評価部位	
原子炉 建屋	耐震壁	強度低下	<ul style="list-style-type: none"> 放射線照射による強度低下については、いずれもコンクリート強度に影響を及ぼす恐れのないことを解析や試験等により確認している。 定期的な目視点検により強度に支障をきたす可能性のあるひびび等の欠陥がないことを確認していることから、強度低下が起こる可能性は小さい。
		遮へい能力低下	<ul style="list-style-type: none"> ガンマ線遮へいに対する「コンクリート遮へい体設計基準」の最高温度制限値に対して、温度分布解析を行い、十分に余裕のある値となることを確認しており、遮へい能力が低下する可能性は小さい。

劣化事象を想定した耐震安全性評価が不要と判断した理由(2/3)

耐震バックチェック (中間報告)	高経年化技術 評価において 想定される 経年劣化事象		耐震安全性評価対象外の理由 (PLM評価書の記載概要)
	機器・ 構築物	評価部位	
原子炉 圧力容器	基礎ボルト	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> 基礎ボルトの露出部は通常運転時に窒素ガス雰囲気中であり、腐食が発生する可能性は小さい。 供用期間中検査において目視点検を実施しており、これまでに有意な腐食は確認されていない。
原子炉 格納容器	ドライ ウエル	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> ドライウエル（上鏡、円筒胴、球形胴）の内外面については、防食塗装（合成樹脂系塗料）が施されている。塗装については、定検毎に目視点検を実施し、これまで有意な劣化が無いことを確認しており腐食発生の可能性は小さい。
炉心支持 構築物 (炉内構築物)	シュラウド サポート	粒界型 応力腐食割れ	<ul style="list-style-type: none"> 維持規格等により、経年劣化事象の発生・進展を想定し、地震荷重を考慮した評価に基づき点検を行うことで耐震安全性が維持できる。

劣化事象を想定した耐震安全性評価が不要と判断した理由(3/3)

耐震バックチェック (中間報告)		高経年化技術 評価において 想定される 経年劣化事象	耐震安全性評価対象外の理由 (PLM評価書の記載概要)
機器・ 構築物	評価部位		
主蒸気 系配管	配管本体	流れ加速型腐食 (FAC)、液滴 衝撃エロージョ ン (LDI)	<ul style="list-style-type: none"> ・FACについては、日本機械学会の減肉管理規格において、当該系統は内部流体の環境条件（乾き蒸気、溶存酸素濃度等）から、FACを生じにくい（FAC-1）とされている。 ・LDIについては、減肉管理規格において、内部流体の環境条件、配管要素（弁、オリフイス等）、配管配置等を考慮すると、当該系統にLDIが発生する可能性は低いとされている。
制御棒	制御棒	照射誘起型応力 腐食割れ、 粒界型応力腐食 割れ、靱性低下	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒は、社内運用基準に従い取替を実施してきており、今後もこの運用を継続していくことで、健全性に有意な影響を与える可能性は小さいことから、耐震性への影響は軽微である。

a. 残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの全面腐食

表1 基礎ボルトの全面腐食に対する評価結果

評価対象	引張応力 [MPa]		許容応力 [MPa]
	腐食なし	腐食あり	
残留熱除去系ポンプ 基礎ボルト	29	31	202

- ▶ 耐震安全性評価の算定手法に従い算出，残留熱除去系ポンプ基礎ボルト（腐食なし）の引張応力を算定→29 MPa（許容応力202 MPa）
- ▶ PLM評価書と同様に60年間の腐食量（0.3 mm）を考慮した耐力減少率（3.8%）を乗ずることにより当該基礎ボルトの腐食に対する評価（腐食あり）を実施→31MPa（許容応力202 MPa）



耐震安全上問題ない

b. 炉内構造物シユラウドサポートの疲労割れ

表2 炉内構造物の疲労評価結果 (PLM評価書記載値)

評価対象	運転実績回数に 基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 (S_2 地震動)	合計 (許容値1以下)
シユラウド サポート	0.157	0.001	0.158

- 地震動の変更を考慮した場合、地震動による疲れ累積係数の算出値のみに影響
- PLM評価書の既評価値 (S_2 地震動による疲れ累積係数) は十分小さく、新耐震指針による地震動の変更を考慮しても許容値を超えることは考えにくい



耐震安全上問題ない

c. 主蒸気系配管の疲労割れ

表3 配管の疲労評価結果 (PLM評価書記載値)

評価対象	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 (S_2 地震動)	合計 (許容値1以下)
主蒸気系	0.099	0.002	0.101

- 地震動の変更を考慮した場合、地震動による疲れ累積係数の算出値のみ影響
- PLM評価書の既評価値 (S_2 地震動による疲れ累積係数) は十分小さく、新耐震指針による地震動の変更を考慮しても許容値を超えることは考えにくい



耐震安全上問題ない

d. 残留熱除去系配管の疲労割れ

内圧、温度が残留熱除去系より高く、常時運転している原子炉炉再循環系の評価結果について、新耐震指針による地震動の変更を考慮した場合の影響を評価（残留熱除去系は原子炉再循環系とつながっている系統）

表4 配管の疲労評価結果（PLM評価書記載値）

評価対象	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 (S ₂ 地震動)	合計 (許容値1以下)
原子炉再循環系	0.337	0.000	0.337

- 地震動の変更を考慮した場合、地震動による疲れ累積係数の算出値のみ影響
- PLM評価書の既評価値（S₂地震動による疲れ累積係数）は十分小さく、新耐震指針による地震動の変更を考慮しても許容値を超えることは考えにくい

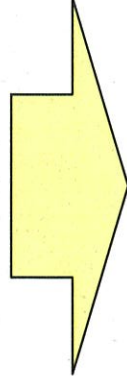


耐震安全上問題ない

新耐震指針の基準地震動Ssを考慮した評価結果のまとめ

耐震安全性評価を踏まえPLM耐震安全性評価が必要と抽出された下記項目について評価を実施

- a. 残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの全面腐食
- b. 炉内構造物シユラウドサポートの疲労割れ
- c. 主蒸気系配管の疲労割れ
- d. 残留熱除去系配管の疲労割れ



- ・ aについては、腐食を想定し基準地震動Ssを用いた評価においても問題ないことを確認した。
- ・ b～dについては、既評価において、地震動の影響は非常に小さく十分に裕度があることから、基準地震動Ssを用いた評価においても基本的には問題ないと考ええる。

第44回高経年化技術評価WG 委員コメントに対する回答

平成22年7月16日
東京電力株式会社

(関村主査コメント)

「原子炉圧力容器の中性子照射脆化」についての説明及び高経年化技術評価書の記載を充実させること。

- ・ 60年時点で想定される中性子照射量はどの程度か。資料技術評価WG44-⑥ P21の「関連温度移行量の測定値と予測値」グラフの横軸の中性子照射量の範囲は、60年時点の中性子照射量をカバーしているか。
- ・ 監視試験片の取り出しは既に30年目評価を実施する前に行われている。40年目評価で実施する、30年目評価の検証に関する記載を充実させる観点から、30年目評価以降に知見の拡充及び劣化傾向の把握のために何を行ったか具体的に記載すること。

回答

・ 中性子照射量について

60年時点で想定される中性子照射量は、原子炉圧力容器板厚の1/4深さ位置での照射量が $1.8 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ となります。なお、高経年化技術評価書の本文に記載されております60年時点での中性子照射量は、原子炉圧力容器内表面の値($2.7 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$)のみとなっておりますが、胴の中性子照射脆化の評価において必要となる値は、仮想欠陥位置を示す原子炉圧力容器板厚の1/4深さ位置の中性子照射量であり、誤解を招く可能性があることから、当該評価書を添付資料-1のとおり修正することといたします。

また、資料技術評価WG44-⑥ P21の「関連温度移行量の測定値と予測値」グラフの横軸の中性子照射量の範囲については、前述のとおり60年時点で想定される中性子照射量が原子炉圧力容器板厚の1/4深さ位置で $1.8 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ であることから、添付資料-2に示すとおり60年時点の中性子照射量を含むグラフとなっております。

・ 知見の拡充及び劣化傾向の把握について

監視試験片の取り出しについては、全4セットのうち、30年目評価時までには加速照射試験片1セット(S47.9)、炉壁照射試験片1セット(S53.10)を取り出しておりました。その後、40年目評価時までには炉壁照射試験片1セット(H11.8)を取り出しており、この試験片については再生試験片として活用するために再装荷しております。

この知見の拡充に伴い、40年目評価における60年時点の最低使用温度が30年目評価時の50.7℃から82℃に上昇しておりますが、これは監視試験データの拡充により関連温度移行量の予測が40年目評価で充実された結果であります。

なお、現時点における原子炉圧力容器の漏えい試験においても100℃近辺で実施しており、運用上の温度管理面の観点からも問題となるものではなく、今後も適切な時期に監視試験を行い、また劣化傾向を考慮した温度管理を実施することで原子炉圧力容器の健全性を確保することが可能と考えております。

なお、劣化傾向の把握の観点より、参考までにJEAC4201-2007に基づく関連温度移行量とJEAC4201-2004に基づく関連温度移行量の比較を行いますと、JEAC4201-2007に基づく評価の方が8℃程度高くなります。この結果より、関連温度移行量の予測において、今後JEAC4201-2007が適用されたとしても、運用上の温度管理において問題となるものではなく、照射脆化をより精度よく予測し、適切なプラント運転を行うことが可能であると考えております。

なお、中性子照射脆化に関する30年目評価からの傾向については、添付資料-3に示します。

(添付資料)

添付資料-1：高経年化技術評価書（胴の中性子照射脆化）比較表

添付資料-2：資料技術評価WG44-⑥ P21の「関連温度移行量の測定値と予測値」グラフ

添付資料-3：福島第一原子力発電所1号炉原子炉圧力容器の胴の中性子照射脆化に関する傾向評価について

以上

本資料には、東京電力株式会社またはその他の企業等の秘密情報が含まれている可能性があります。当該情報の内容を本資料の複製品を作成すること、本資料の内容を本来の目的以外に使用すること、ならびに第三者に開示、公開する行為を禁止します。東京電力株式会社

福島第一1号炉 高経年化技術評価書 変更箇所 (容器) - 1 原子炉圧力容器

変更前	変更後	変更理由
<p>2. 原子炉圧力容器の技術評価</p> <p>2.3 高経年化対策上着目すべき経年化事象の評価</p> <p>(1) 胴の中性子照射脆化</p> <p>b. 技術評価</p> <p>① 健全性評価</p> <p>中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の胴である。胴内表面での中性子照射量は、平成20年度末時点で1.1×10^6 n/cm² (D1MeV)、運転開始後60年時点で2.7×10^6 n/cm² (D1MeV)程度と評価される。また、評価に用いる材料は1/4深き位置での中性子照射量は、平成20年度末時点で7.6×10^4 n/cm² (D1MeV)、運転開始後60年時点で1.8×10^5 n/cm² (D1MeV)程度と評価される。本項では福島第一1号炉の監視試験結果と「日本電気協会 電気技術規程」(以下、「JEC」という。)に基づいた評価を示す。</p> <p>なお、JEC「監視試験の対象」である相当運転期間末期の最大中性子照射量が容器内面で1.0×10^6 n/cm² (D1MeV)を超えることが予測される炉心領域には、運転開始後60年時点において、胴以外に再循環水入ロノズルが含まれるが、胴に比べ中性子照射量及び照射温度が十分小さいことから、中性子照射脆化に対する健全性評価は、胴で実施する。</p> <p>定期検査で行う補い検査は、比較的溫度が低い状態で運転圧力まで昇圧するため、非延性破壊に対して最も厳しい状態となる。このため、補い検査時には圧力容器の最低使用溫度を守るよう運転管理を行っている。</p> <p>なお、JECにおいては、BWRプラントの原子炉(圧力)容器の炉心領域部の非延性破壊に対して使用状態C、Dで最も厳しい条件として加圧下熱衝撃(PTS)評価を要求しているが、BWRプラントの原子炉圧力容器は通常運転時には蒸気の飽和圧力温度となっており、事故時に非常用炉心冷却系が作動しても冷却水の注入に伴って圧力が低下するため、高圧(高い心力がかった状態)のまま低温になることがなく、BWRプラントでは実施する必要がない。また設計上、低温の水が溜められるようなノズルにはサーマルスリーブが設けられており、原子炉圧力容器が急速に冷却されないようになっている。</p> <p>1) 最低使用溫度</p> <p>現在までの監視試験結果を表2.3-1に示す。</p> <p>日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 JEC1201-2001」(以下、「JEC1201-2001」という。)により求めた関連溫度移行量の予測値と測定値は、図2.3-2に示すとおり予測値にマージンを見込んだものの範囲にあり、測定値について特異な脆化は認められない。</p> <p>また、日本電気協会「原子炉用電力機器に対する破壊靭性の確認試験方法 JEC1206-2007」(以下、「JEC1206-2007」という。)並びにJEC1201-2007(関連溫度移行量の予測値、JEC4201-2004)により求めた平成20年度末時点及び60年時点での関連溫度移行量、関連溫度、最低使用溫度を表2.3-2に示す。</p> <p>関連溫度は平成20年度末時点で62℃、運転開始後60年で75℃程度となる。その際の胴の最低使用溫度は、破壊力学的検討により求めたマージン7℃を考慮すると、平成20年度末時点で69℃程度、運転開始後60年で82℃程度と算定される。</p>	<p>2. 原子炉圧力容器の技術評価</p> <p>2.3 高経年化対策上着目すべき経年化事象の評価</p> <p>(1) 胴の中性子照射脆化</p> <p>b. 技術評価</p> <p>① 健全性評価</p> <p>中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の胴である。胴内表面での中性子照射量は、平成20年度末時点で1.1×10^6 n/cm² (D1MeV)、運転開始後60年時点で2.7×10^6 n/cm² (D1MeV)程度と評価される。また、評価に用いる材料は1/4深き位置での中性子照射量は、平成20年度末時点で7.6×10^4 n/cm² (D1MeV)、運転開始後60年時点で1.8×10^5 n/cm² (D1MeV)程度と評価される。本項では福島第一1号炉の監視試験結果と「日本電気協会 電気技術規程」(以下、「JEC」という。)に基づいた評価を示す。</p> <p>なお、JEC「監視試験の対象」である相当運転期間末期の最大中性子照射量が容器内面で1.0×10^6 n/cm² (D1MeV)を超えることが予測される炉心領域には、運転開始後60年時点において、胴以外に再循環水入ロノズルが含まれるが、胴に比べ中性子照射量及び照射温度が十分小さいことから、中性子照射脆化に対する健全性評価は、胴で実施する。</p> <p>定期検査で行う補い検査は、比較的溫度が低い状態で運転圧力まで昇圧するため、非延性破壊に対して最も厳しい状態となる。このため、補い検査時には圧力容器の最低使用溫度を守るよう運転管理を行っている。</p> <p>なお、JECにおいては、BWRプラントの原子炉(圧力)容器の炉心領域部の非延性破壊に対して使用状態C、Dで最も厳しい条件として加圧下熱衝撃(PTS)評価を要求しているが、BWRプラントの原子炉圧力容器は通常運転時には蒸気の飽和圧力温度となっており、事故時に非常用炉心冷却系が作動しても冷却水の注入に伴って圧力が低下するため、高圧(高い心力がかった状態)のまま低温になることがなく、BWRプラントでは実施する必要がない。また設計上、低温の水が溜められるようなノズルにはサーマルスリーブが設けられており、原子炉圧力容器が急速に冷却されないようになっている。</p> <p>1) 最低使用溫度</p> <p>現在までの監視試験結果を表2.3-1に示す。</p> <p>日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 JEC1201-2001」(以下、「JEC1201-2001」という。)により求めた関連溫度移行量の予測値と測定値は、図2.3-2に示すとおり予測値にマージンを見込んだものの範囲にあり、測定値について特異な脆化は認められない。</p> <p>また、日本電気協会「原子炉用電力機器に対する破壊靭性の確認試験方法 JEC1206-2007」(以下、「JEC1206-2007」という。)並びにJEC1201-2007(関連溫度移行量の予測値、JEC4201-2004)により求めた平成20年度末時点及び60年時点での関連溫度移行量、関連溫度、最低使用溫度を表2.3-2に示す。</p> <p>関連溫度は平成20年度末時点で62℃、運転開始後60年で75℃程度となる。その際の胴の最低使用溫度は、破壊力学的検討により求めたマージン7℃を考慮すると、平成20年度末時点で69℃程度、運転開始後60年で82℃程度と算定される。</p>	<p>委員コメントによる反映</p>

本資料には、東京電力株式会社またはその他の企業の秘密情報が含まれている可能性があります。当社の許可なく本資料の複製品を作成すること、本資料の内容を本来の目的以外に使用すること、ならびに第三者に開示、公開する行為を禁止します。
東京電力株式会社

福島第一1号炉 高経年化技術評価書 変更箇所 (容器) - 1 原子炉圧力容器

		変更前		変更後		変更理由	
2. 原子炉圧力容器の技術評価		2. 原子炉圧力容器の技術評価		2. 原子炉圧力容器の技術評価			
2.3 高経年化対策上着目すべき経年化事象の評価		2.3 高経年化対策上着目すべき経年化事象の評価		2.3 高経年化対策上着目すべき経年化事象の評価			
(1) 順の中性子照射強化		(1) 順の中性子照射強化		(1) 順の中性子照射強化			
2) 上部構造取外エネルギーの評価		2) 上部構造取外エネルギーの評価		2) 上部構造取外エネルギーの評価			
<p>上部構造取外エネルギーの変化について JEAC1201-2007 に基づいて評価した結果を表 2.3-3 に示す。</p> <p>最も上部構造取外エネルギーが低下するのは、実測値から推定される炉材の傾方向であり、建設時 (未照射時) で 111 J、平成 20 年度末時点で 81 J、運転開始後 60 年時点で 81 J 程度となっている。</p> <p>いずれの場合も JEAC1206-2007 で要求されている 68 J を上回っている。</p>		<p>上部構造取外エネルギーの評価</p> <p>上部構造取外エネルギーの変化について JEAC1201-2007 に基づいて評価した結果を表 2.3-3 に示す。</p> <p>最も上部構造取外エネルギーが低下するのは、実測値から推定される炉材の傾方向であり、建設時 (未照射時) で 111 J、平成 20 年度末時点で 81 J、運転開始後 60 年時点で 81 J 程度となっている。</p> <p>いずれの場合も JEAC1206-2007 で要求されている 68 J を上回っている。</p>		<p>上部構造取外エネルギーの評価</p> <p>上部構造取外エネルギーの変化について JEAC1201-2007 に基づいて評価した結果を表 2.3-3 に示す。</p> <p>最も上部構造取外エネルギーが低下するのは、実測値から推定される炉材の傾方向であり、建設時 (未照射時) で 111 J、平成 20 年度末時点で 81 J、運転開始後 60 年時点で 81 J 程度となっている。</p> <p>いずれの場合も JEAC1206-2007 で要求されている 68 J を上回っている。</p>			
表 2.3-1 監視試験結果		表 2.3-1 監視試験結果		表 2.3-1 監視試験結果			
回数	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) ($E > 1 \text{ MeV}$)	炉内温度及び炉内温度移行率 (°C)		上部構造取外エネルギー (J)			
		炉材	溶接部	熱影響部	炉材	溶接部	熱影響部
初期値	0	2	-21	2	171	178	156
第1回 (加圧)	0.063 (約 12 EFPY*)	炉内温度 移行率	炉内温度 移行率	炉内温度 移行率	110	132	117
		-2	4	-17			
第2回	0.0140 (約 3 EFPY*)	0	3	-18	-1	167	167
第3回	0.0806 (約 16 EFPY*)	62	61	36	15	35	37

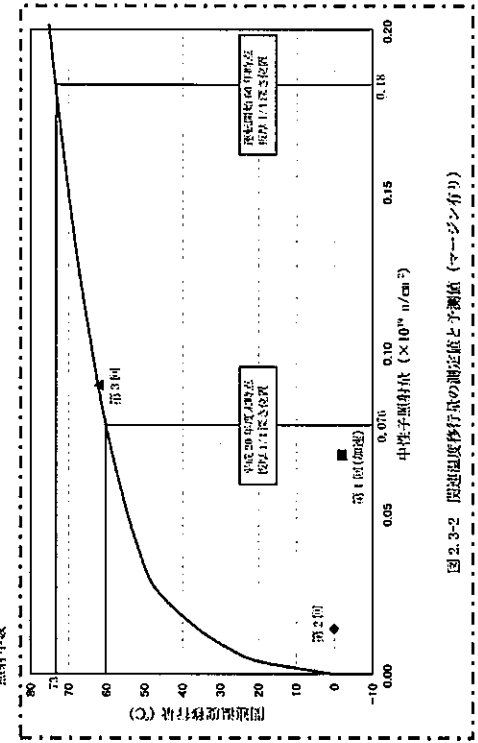


図 2.3-2 炉内温度移行率の測定値と予測値 (マージン有り)

委員コメントによる反映

①原子炉圧力容器の中性子照射脆化 (40年目評価概要)

健全性評価

JEAC4206-2007並びにJEAC4201-2007 (関連温度移行量の予測は、JEAC4201-2004) により評価

関連温度予測値

評価時期	材 料	関連温度 初期値 (°C)	関連温度 移行量 (°C)*	関連温度 (°C)	破壊力学的 検討による マージン (°C)	炉の最低 使用温度 (°C)
平成20年度 末時点	母材	2	60	62	7	69
	溶接金属	-21	43	22		
	熱影響部	2	60	62		
運転開始後 60年時点	母材	2	73	75		82
	溶接金属	-21	61	40		
	熱影響部	2	73	75		

*：圧力容器内壁面から板厚1/4深さでの予測値

上部棚吸収エネルギー予測値 (JEAC要求68J以上)

方向	初期値	平成20 年度末 時点	運転 開始後 60年 時点
母材	171	129	124
溶接 金属	111	84	81
	178	131	127
熱影響 部	156	110	106

*：母材の上部棚吸収エネルギーは、試験片の長手方向が任意方向に異なる試験による値

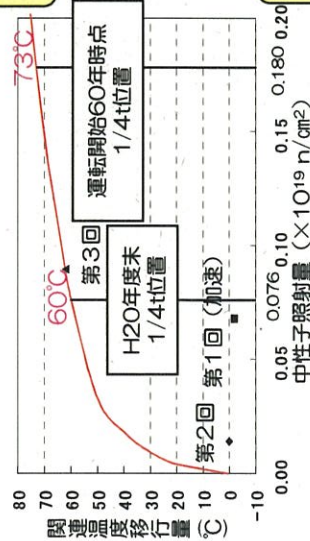
原子炉圧力容器の炉心領域部材料 の化学成分 (単位：重量%)

区 分	Si	P	Ni	Cu
母 材	0.29	0.020	0.55	0.23
溶接金属*	0.33	0.015	0.81	0.10

*：溶接方法はサブマーシブアーク溶接

現状保全

- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施、供用期間中検査で超音波探傷検査を実施
- 試験片全4セット中3セットを取り出し、うち1セットについては、監視試験データ拡充の観点から炉内へ再装荷して照射を継続



総合評価

- 炉心領域部材の照射脆化が問題となる可能性は小さく、今後も現状保全を継続していくことで、健全性を確保していくことは可能であると判断

高経年化への対応

- 最新の脆化予測式による評価を実施し、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する



東京電力

福島第一原子力発電所1号炉 原子炉圧力容器の胴の中性子照射脆化に 関する傾向評価について

平成22年7月16日

東京電力株式会社



添付資料-3

①原子炉圧力容器の中性子照射脆化 (関連温度等の比較について)

30年目評価との比較

関連温度と上部棚吸収工エネルギーの比較

項目	部位	60年時点の予測値		相違の理由
		30年目評価	40年目評価	
関連温度*1 (°C)	母材	12.3	75	<ul style="list-style-type: none"> ・第3回監視試験結果を反映 ・関連温度の評価法をJEAC4201-1991からJEAC4201-2007 (関連温度移行量の予測は、JEAC4201-2004) に変更 ・上部棚吸収工エネルギーの評価法をJEAC4201-1991からJEAC4201-2007に変更
	溶接金属	13.7	40	
	熱影響部	8.3	75	
	最低使用温度	50.7	82	
上部棚吸収工エネルギー*1 (J)	母材*2	91	81	
	溶接金属	129	127	
	熱影響部	120	106	

*1：圧力容器内壁面から板厚1/4深さでの予測値

*2：母材の上部棚吸収工エネルギーは、試験片の長手方向が圧延方向に直角な試験による値 (JEAC要求68J以上)

原子炉圧力容器化学成分

原子炉圧力容器の炉心領域部材料の化学成分 (単位：重量%)

区分	Si	P	Ni	Cu
母材	0.29	0.020	0.55	0.23
溶接金属*	0.33	0.015	0.81	0.10

①原子炉圧力容器の中性子照射脆化 (関連温度移行量の予測の比較について)

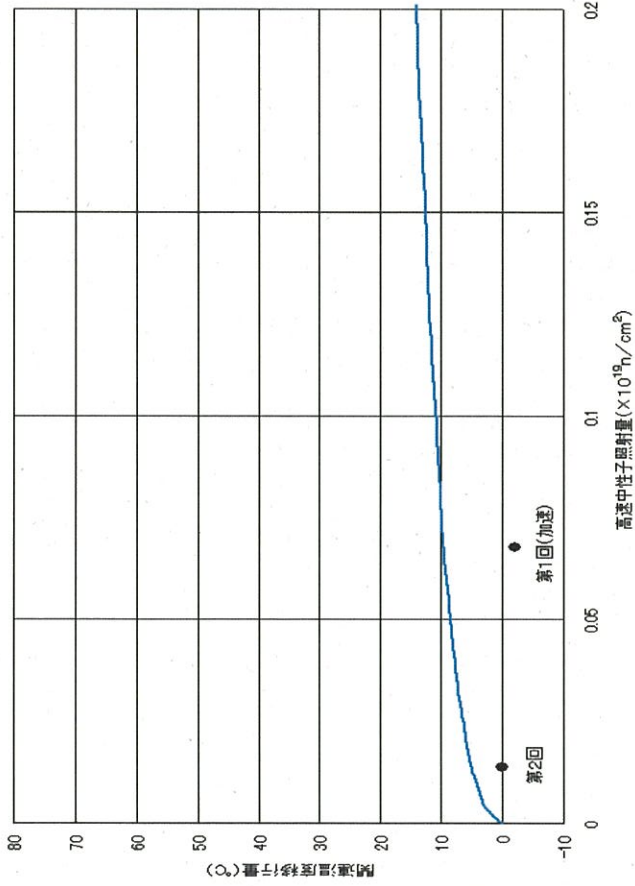
関連温度移行量の予測

関連温度移行量 (マージン有) の予測

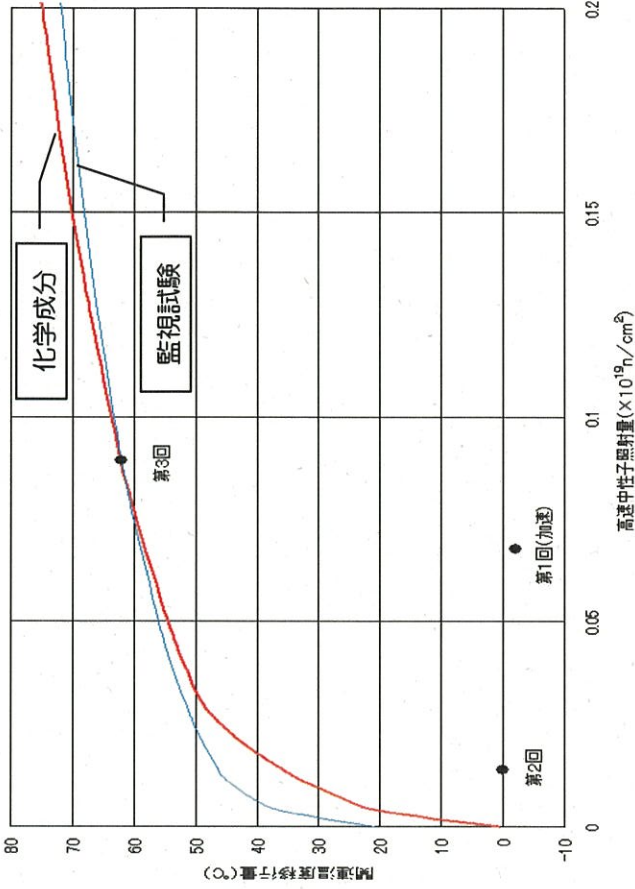
30年目評価 JEAC4201-1991を用い、監視試験による評価

40年目評価 JEAC4201-2004を用い、監視試験による評価と化学成分による評価のうち、大きい方

30年目評価 福島第一原子力発電所1号機 関連温度移行量の測定値と予測値(母材)



40年目評価 福島第一原子力発電所1号機 関連温度移行量の測定値と予測値(母材)



○30年目評価においては、第1、2回の監視試験結果を反映した監視試験による評価を採用しております。

○40年目評価においては、第1～3回監視試験結果を反映した監視試験による評価と化学成分による評価のうち、大きい方の化学成分による評価を採用しております。



東京電力

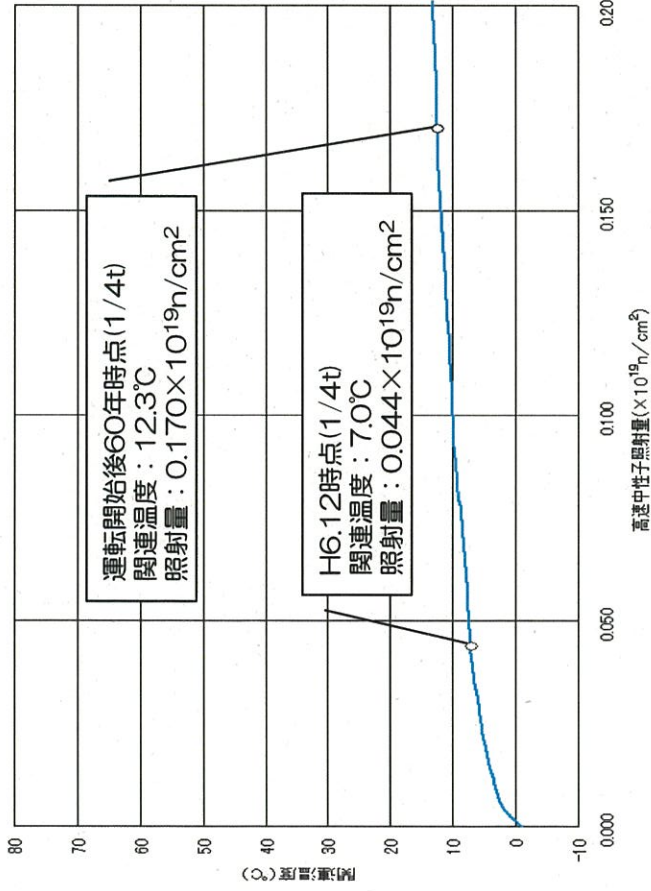
①原子炉圧力容器の中性子照射脆化 (関連温度の予測の比較について)

関連温度の予測

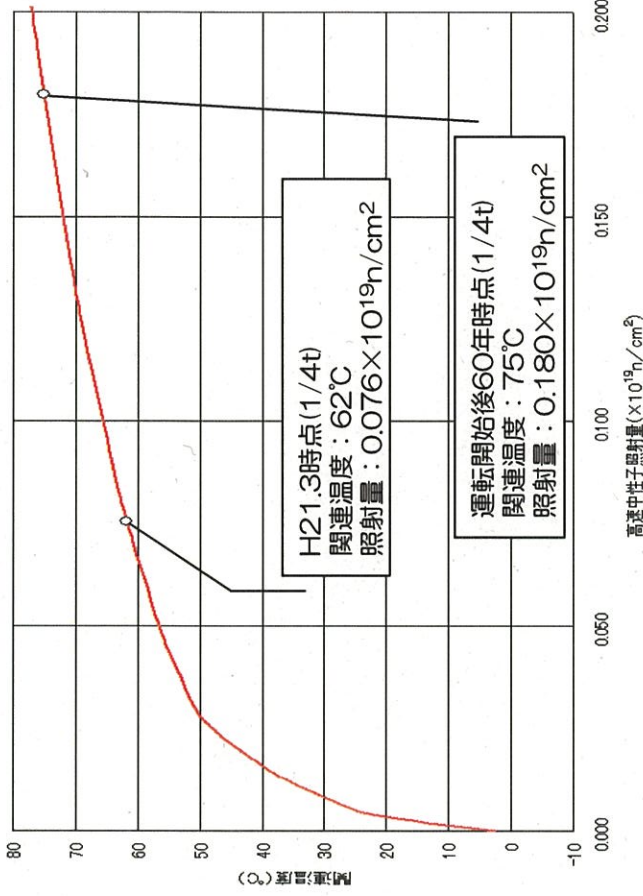
関連温度＝関連温度初期値＋関連温度移行量（マージン有）

- 30年目評価 関連温度初期値：PFR-7901-1991を用い、
関連温度移行量：JEAC4201-1991を用い、
40年目評価 関連温度初期値：JEAC4206-2004を用い、
関連温度移行量：JEAC4201-2004を用い、
- 30年目評価 関連温度初期値の予測（初期値：-1）
監視試験（第1, 2回）による評価
- 40年目評価 関連温度初期値の予測（初期値：2）
化学成分による評価

30年目評価 福島第一原子力発電所1号機 関連温度の測定値と予測値(母材)

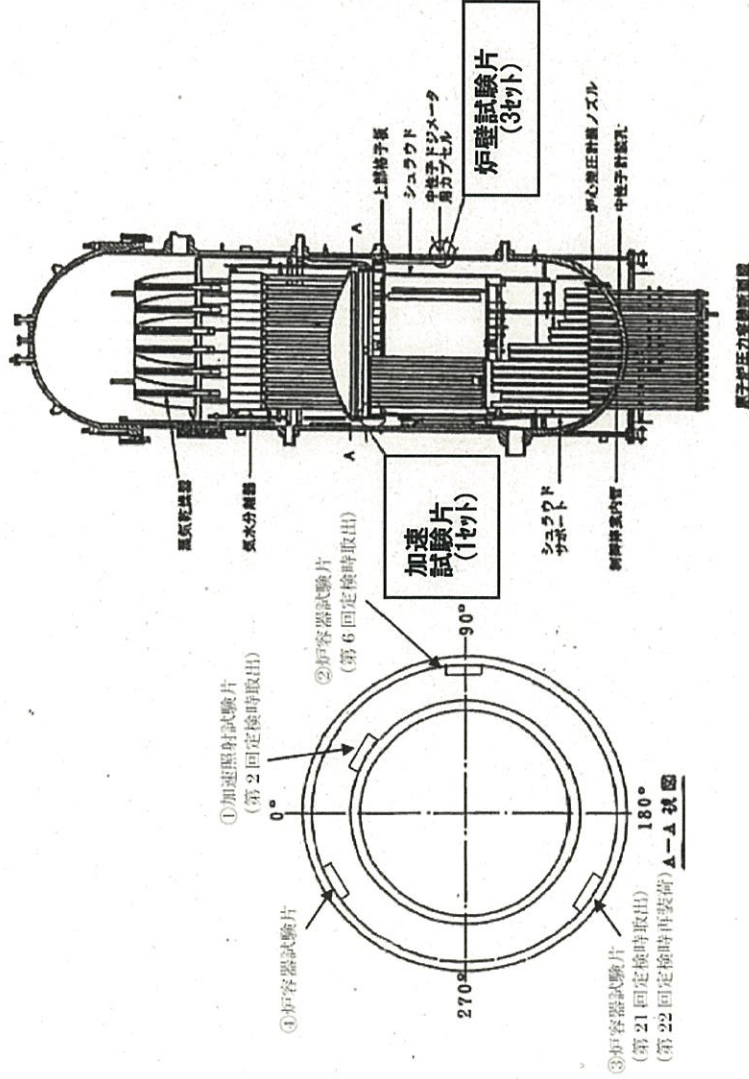


40年目評価 福島第一原子力発電所1号機 関連温度の測定値と予測値(母材)



○60年時点の照射量の違いは、30年目評価は第2回監視試験より得られた中性子束（平均値）、40年目評価は第3回監視試験より得られた中性子束（ピーク値）を採用しており、40年目評価は保守的に評価しているためです。

①原子炉压力容器の中性子照射脆化 (監視試験片について)

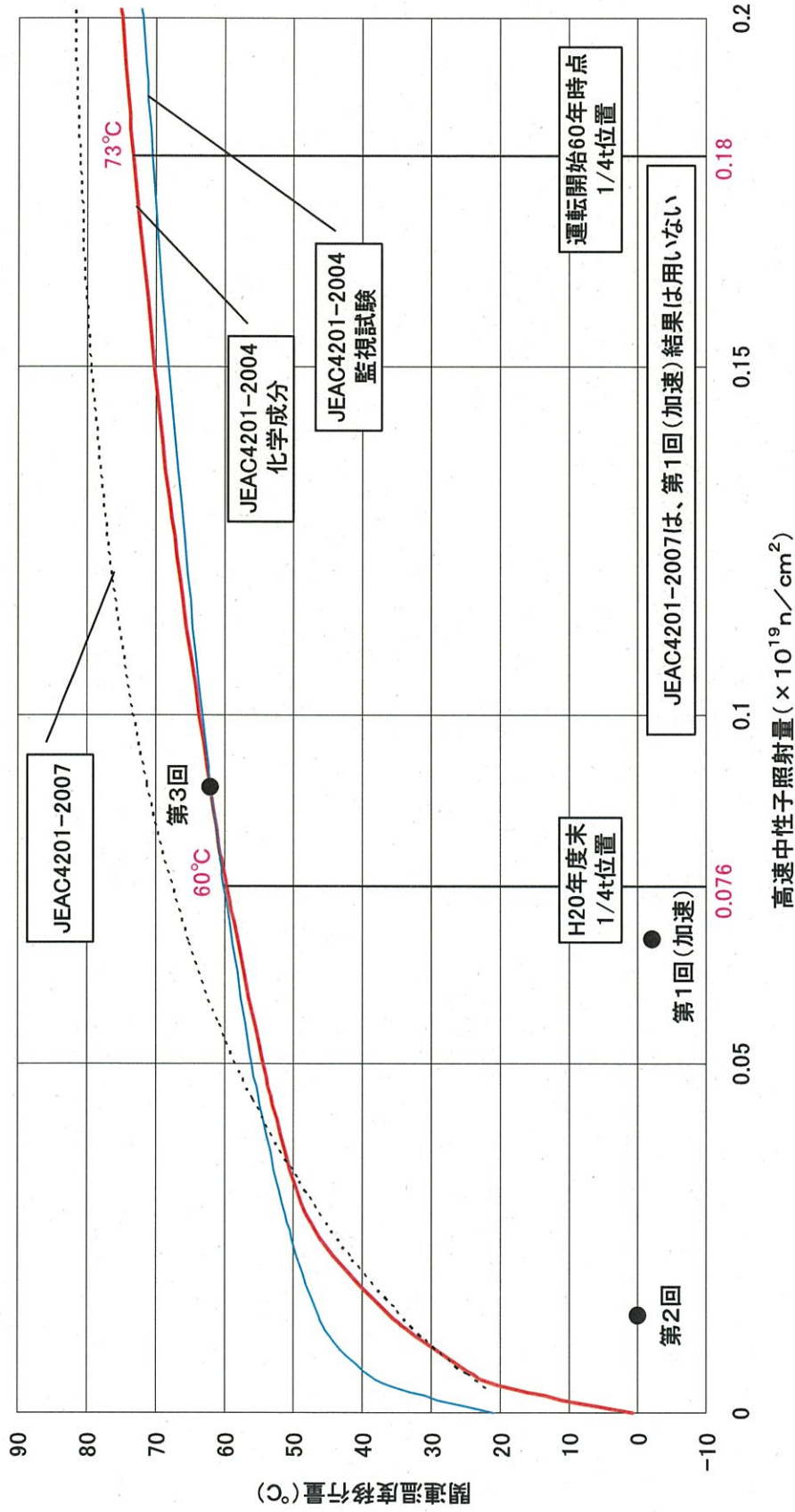


各試験片の取出時期

配置 場所	角度	取出時期	
		取出時期	EFPY
①上部格子板 (加速照射)	38	S47.09	1.1
②圧力容器壁	90	S53.10	3.0
③圧力容器壁	210	H11.08	15.7
④圧力容器壁	330	装荷中	-
③R圧力容器壁 再装荷(H13.09)	210	装荷中	-

①原子炉压力容器の中性子照射脆化 (40年目評価の関連温度移行量について (JEAC4201-2004と2007参考比較))

40年目評価 福島第一原子力発電所1号機 関連温度移行量の測定値と予測値(母材)



まとめ

原子炉圧力容器の胴の中性子照射脆化について、経年劣化の傾向を確認した結果、監視試験片取り出し回数の違い、JEACの評価法の違いによるデータの変動はあるものの、最新の知見を反映していくことを今後とも継続していくことにより、60年運転を仮定したとしても技術的な問題はないものと判断できる。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機
MOX燃料採用に伴う「高経年化対策について」に関する審査結果について

平成22年7月26日
原子力安全・保安院

1. 審査経緯

東京電力(株)福島第一原子力発電所3号機は平成18年に30年目の高経年化技術評価を実施し、長期保守管理方針を策定しているが、MOX燃料の採用に伴う高経年化技術評価への影響について評価を行い、平成22年6月17日付けで東京電力(株)より報告書「福島第一原子力発電所3号機の高経年化対策について」として原子力安全・保安院に提出された。

これを受け、当院では、提出された報告書の内容の妥当性について確認を行った。

確認においては、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）の技術的妥当性の確認結果を踏まえつつ、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会高経年化対策検討委員会の下に設置された高経年化技術評価ワーキンググループ（メンバー構成、開催実績：別紙）に諮り専門的意見を聴取した。

2. 審査基準

当院は、報告書の内容の妥当性確認において、高経年化対策実施ガイドライン¹への適合性について高経年化対策標準審査要領²を準用して実施した。この際、技術的な妥当性の確認については、JNESが制定している高経年化対策技術資料集³及び日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施標準」⁴を活用した。

3. 確認内容

(1) 長期保守管理方針に基づく点検等の実施状況

平成18年に30年目の高経年化技術評価を行い策定した長期保守管理方針の実施状況について、保全計画書等に従い計画的に点検等の保全が実施されていることを確認した。

*1：事業者が高経年化対策として実施する高経年化技術評価及び長期保守管理方針に関することについて、基本的な要求事項を規定したものの。

*2：*1に係る基本的な要求事項に則り、国及びJNESが審査を行う際の判断基準及び視点・着眼点を示したものの。

*3：経年劣化事象別技術評価マニュアル、国内外のトラブル事象、最新の技術的知見等をJNESが取りまとめたものの。

*4：2009年2月27日発行

(2) MOX 燃料採用に伴う高経年化技術評価への影響評価の実施

影響評価に際し、MOX 燃料を採用すること以外は 30 年目の高経年化技術評価の前提条件に変化がないことを確認した。MOX 燃料の採用により高速中性子束が上昇することから、それによる高経年化技術評価への影響を評価することとした。

①実施体制、実施方法等プロセスの明確性

保安規定に基づく品質保証計画に従い、MOX 燃料装荷に伴う高経年化技術評価の見直しの必要性の評価が行われ、評価等の実施にかかる組織、評価記録の管理、評価に係る教育訓練など評価の実施体制等を確認した。

②影響評価すべき経年劣化事象の抽出

機器・構造物に発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象のうち、ウラン燃料の一部に MOX 燃料を採用した場合にわずかに高速中性子束が上昇することから、これによる影響を考慮すべき経年劣化事象を抽出し、その発生・進展について評価を行い、影響評価を行っていることを確認した。

③評価対象となる機器・構造物の抽出

評価の対象となる機器・構造物は、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)において安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するものすべてを対象として、MOX 燃料を採用した場合に影響が及ぶことが想定される機器・構造物を抽出していることを確認した。

④健全性評価の結果

抽出された影響評価すべき経年劣化事象について、プラントの運転開始から60年を一つの目安とした供用期間を仮定して機器・構造物の健全性評価が行われていることを確認した。これらの結果、MOX 燃料の採用により高経年化技術評価結果を見直すべきものは無いことを確認した。

⑤耐震安全性評価の結果

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象について、MOX 燃料採用の影響を加味した機器・構造物の耐震安全性評価が行われていることを確認した。これらの結果、MOX 燃料の採用により耐震安全性評価結果を見直すべきものは無いことを確認した。

(3) 長期保守管理方針の見直し

MOX 燃料の採用による高経年化技術評価への影響評価を行い、当該原子炉として、

現在策定している長期保守管理方針に追加すべき項目は無いとしていることを確認した。

4. 確認結果

当院は、東京電力㈱から提出された、福島第一原子力発電所3号機のMOX燃料装荷に伴う報告書の内容を確認し、30年目の高経年化技術評価結果を変更すべきものは無く、保安規定に制定している長期保守管理方針に追加すべき項目は無いとすることについて妥当と判断した。

以上

- ・添付資料 東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機 MOX燃料採用に伴う高経年化技術評価への影響評価に関する技術的妥当性の確認結果（平成22年7月23日 独立行政法人原子力安全基盤機構）

高経年化技術評価WG 委員

(敬称略・五十音順)

主査

関村 直人 (せきむら・なおと) 東京大学大学院工学系研究科副研究科長・教授

委員

○ 大木 義路 (おおき・よしみち) 早稲田大学理工学術院教授

大橋 弘忠 (おおはし・ひろただ) 東京大学大学院工学系研究科教授

橘高 義典 (きつたか・よしのり) 首都大学東京都市環境学部教授

小林 英男 (こばやし・ひでお) 横浜国立大学客員教授

庄子 哲雄 (しょうじ・てつお) 東北大学大学院工学研究科

エネルギー安全科学国際研究センター 教授

平野 雅司 (ひらの・まさし) 独立行政法人日本原子力研究開発機構

安全研究センター センター長

官 健三 (みや・けんぞう) 法政大学大学院システムデザイン研究科客員教授

飯井 俊行 (めしい・としゆき) 福井大学大学院工学研究科教授

○ 山口 篤憲 (やまぐち・あつのり) 財団法人発電設備技術検査協会

溶接・非破壊検査技術センター センター長

高経年化技術評価WGの開催実績

【開催年月日】

平成22年7月16日

【開催場所】

経済産業省

東京電力（株）福島第一原子力発電所3号機

MOX燃料採用に伴う高経年化技術評価への影響評価
に関する技術的妥当性の確認結果

平成22年7月23日

独立行政法人 原子力安全基盤機構

目 次

1. はじめに.....	1
2. 技術審査の概要.....	2
2.1 評価対象文書について.....	2
2.2 適用文書.....	2
2.3 技術審査の過程.....	2
3. 技術審査の結果.....	3
3.1 MOX燃料の採用に伴う高経年化技術評価への影響項目.....	3
3.1.1 経年劣化環境の変化.....	3
3.1.2 対象となる機器・構造物.....	3
3.1.3 運転経験、最新知見の反映.....	4
3.2 経年劣化の評価結果.....	4
3.2.1 中性子照射脆化.....	4
3.2.2 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ.....	5
3.2.3 電気・計装品の絶縁低下等.....	6
3.2.4 コンクリートの放射線照射による強度低下.....	6
3.2.5 その他の機器.....	7
3.3 耐震安全性について.....	8
4. 長期保守管理方針の変更要否について.....	10
5. まとめ.....	11

1. はじめに

独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「当機構」という。）は、平成 22 年 6 月 21 日付けで原子力安全・保安院（以下、「保安院」という。）より、東京電力株式会社福島第一原子力発電所第 3 号機におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下、MOX 燃料という。）採用に伴う高経年化対策についての評価結果として東京電力株式会社（以下、「原子炉設置者」という）より提出された「福島第一原子力発電所第 3 号機の高経年化対策について」について、その内容の技術的妥当性を確認し、その結果を保安院に報告するように依頼を受けた。

本報告書は、当機構が「福島第一原子力発電所第 3 号機の高経年化対策について」の技術的妥当性を確認した結果を報告するものである。

2. 技術審査の概要

2.1 評価対象文書について

原子炉設置者は、平成 18 年に福島第一原子力発電所 3 号機の 30 年目の高経年化技術評価（以下、「30 年目の技術評価」という。）を行い、長期保全計画をとりまとめ、その後平成 20 年の実用炉規則の改正に従い長期保全計画を長期保守管理方針とした上で保安院の認可を得ている。原子炉設置者は、「福島第一原子力発電所 3 号機の高経年化対策について」（以下、評価書という。）において、30 年目の技術評価結果及び高経年化対策の実施状況を確認するとともに、MOX 燃料の採用による 30 年目の技術評価への影響についても評価を行ったものとしている。

当機構は、MOX 燃料の採用に伴う高経年化技術評価への影響について書面審査した。その結果から、原子炉設置者が MOX 燃料の採用によって 30 年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと判断した評価書について、技術的に妥当であるか評価した。

2.2 適用文書

当機構は、技術審査にあたって以下の文書を適用した。なお、3.1.1 項に示すように、MOX 燃料の採用に伴い、機器・構造物の経年劣化に影響する放射線照射量に変化するが、他の環境は変化しないので、当機構の技術評価審査マニュアルは放射線に関連するものだけを適用した。

- ・実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン(平成 20 年 10 月 22 日保安院)
- ・実用発電用原子炉施設における高経年化多作標準審査要領(内規) (平成 20 年 10 月 22 日保安院)
- ・技術評価審査マニュアル(当機構)

総括マニュアル JNES-SS-0808-02 (平成 21 年 4 月 3 日)

原子炉圧力容器の中性子照射脆化 JNES-SS-0507-03 (平成 21 年 4 月 3 日)

照射誘起型応力腐食割れ(IASCC) JNES-SS-0809-01 (平成 21 年 4 月 3 日)

電気・計装設備の絶縁低下(含む特性低下) JNES-SS-0511-02 (平成 21 年 2 月 20 日)

コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下(含む鉄骨構造物の強度低下)

JNES-SS-0512-04 (平成 21 年 4 月 3 日)

耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 (平成 21 年 8 月 20 日)

2.3 技術審査の過程

当機構は、評価書を書面審査し、本報告書を作成した。報告書の作成に当っては、保安院の高経年化対策検討委員会第 47 回高経年化技術評価ワーキンググループ(平成 22 年 7 月 16 日)に専門的意見を求め、報告書に反映した。

3. 技術審査の結果

3.1 MOX燃料の採用に伴う高経年化技術評価への影響項目

3.1.1 経年劣化環境の変化

原子炉設置者は、ウラン燃料の一部にMOX燃料を採用した場合、原子炉出力や主蒸気流量、温度等の基本的な運転パラメータは変化しないことから、減肉・腐食や摩耗等の大半の想定される経年劣化事象の発生、進展に影響はないとしている。しかしながら、原子炉設置者はMOX燃料の採用に伴い高速中性子束が約2%上昇することから、中性子照射に依存する経年劣化事象については影響評価の対象としている。また、ガンマ線等の放射線に依存する経年劣化事象については、影響は殆んどないと考えが、保守的に評価の対象とするとしている。さらに、原子炉設置者は抽出された経年劣化事象についての既存の評価に対するMOX燃料を採用した場合の影響について、MOX燃料を採用した状況下で60年間使用することを仮定してその評価を行うとしている。

当機構は、高速中性子束が約2%上昇する根拠を確認した結果、平成11年7月に許可されたMOX燃料の採用に伴う設置変更許可申請を行った1/3MOX燃料炉心を前提として高速中性子束の上昇量を設定していることを確認した。

また、ガンマ線等の放射線量率については、「発電用軽水炉原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成7年6月19日 原子力安全委員会了承）によれば、炉心内の核分裂生成物の蓄積量については、MOX燃料装荷炉心とウラン燃料炉心で若干異なるものの、その差異は現行の安全評価手法の有する保守性の範囲内であり、平常運転時の線量当量評価についても従来と同様として支障はないとしていることより、MOX燃料の採用によるガンマ線等の放射線量率の上昇は考慮する必要はないと考えられるが、原子炉設置者は高速中性子束と同様に2%上昇すると仮定しており、保守的に評価されている。

さらに、MOX燃料は今後採用されるものであるが、原子炉設置者は、運転開始当初よりMOX燃料が使用されていると設定して影響評価しており、保守的に評価されている。

以上の結果、当機構は、MOX燃料の採用に伴い高経年化技術評価への影響項目として高速中性子照射量（以下、「中性子照射量」という。）及びガンマ線等の照射量が、30年目の技術評価より2%増加すると設定して影響を評価していることは妥当であると評価した。

3.1.2 対象となる機器・構造物

原子炉設置者は、中性子照射量又はガンマ線等の照射量が増加することにより高経年化技術評価結果に影響する機器として以下を抽出している。

- ・原子炉圧力容器（中性子照射脆化）
- ・炉内構造物（照射誘起型応力腐食割れ及び靱性低下）
- ・電気・計装品（絶縁低下等）
- ・コンクリート（放射線照射による強度低下）

- ・その他の機器
 - 使用済燃料設備貯蔵プールの燃料ラック（中性子吸収能力低下）
 - 制御棒（中性子照射劣化）
 - ケミカルアンカ（樹脂の放射線劣化）
- ・耐震安全性
 - 原子炉圧力容器（中性子照射脆化）
 - 炉内構造物（照射誘起型応力腐食割れ及び靱性低下）

当機構は、原子炉設置者が抽出した機器・構造物が、30年目の技術評価書及び（社）日本原子力学会高経年化対策実施標準に照らして妥当であると評価した。

3.1.3 運転経験、最新知見の反映

対象となる機器・構造物の中性子照射量又はガンマ線等の照射量が増加することの影響に関して、30年目の技術評価以降に得られた知見が反映されているかは、3.2章で個々に確認した。

3.2 経年劣化の評価結果

3.2.1 中性子照射脆化

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、運転開始後60年時点の原子炉圧力容器の累積中性子照射量を考慮した最低使用温度及び上部棚吸収エネルギーの評価を行い、運転管理上問題にならないことを確認したとしている。今回の評価書では、MOX燃料の採用により高速中性子束が約2%上昇した場合、関連温度移行量は約0.3℃の増加であり、最低使用温度への影響は十分に小さく、運転管理上問題とはならないと判断するとしている。

当機構は、30年目の技術評価においては、60年時点(48EFPY)の関連温度移行量55℃と想定しているが、これに対し、中性子照射量が2%増加した場合の関連温度の移行量の増加は約0.3℃と十分に小さく、影響を及ぼすものではないことを確認した。また、最新知見の反映の観点から、電気技術規程の「原子炉構造物の監視試験方法」(JEAC4201-2007)によっても、60年時点(48EFPY)の関連温度移行量の増加は同程度に小さく影響を及ぼすものではないことを確認した。なお、これらの関連温度の移行量の予測評価手法は、多くのプラントのデータを包含する形で設定するなどの保守性を有したものであり、関連温度移行量増加量0.3℃程度の増加はこれらの保守性に包含されるものである。原子炉設置者は、JEAC4201-2004に従って最低使用温度等を定期検査毎に中性子照射量に応じて見直しており、MOX燃料採用後の中性子照射量の増加を考慮して定期検査毎の見直しを継続することにより、脆性破壊の防止に対して的確な運転管理対応が行われることを確認した。

上部棚吸収エネルギーについては、30年目の技術評価以降に規格の予測式が変更になっているので、最新の予測式により60年時点の中性子照射量が2%増加した評価を実施し、

高温での破壊靱性が十分高いとした 30 年目の技術評価を変更する必要はなく、従って破壊靱性が低い場合に規格が求めている追加的な検査は必要ないことを確認した。

以上の結果、当機構は、中性子照射脆化に関する 30 年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として 40 年目までに 30 年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.2.2 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ

原子炉設置者は、30 年目の技術評価書において上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管について、照射誘起型応力腐食割れを着目すべき経年劣化事象として評価しており、運転の長期化に伴い中性子照射量が増加し、照射誘起型応力腐食割れの感受性が増加する可能性があるが、計画的な目視点検を実施していくことにより健全性の確認は可能であるとしている。

MOX燃料を採用した場合の影響について原子炉設置者は、60 年時点での予想中性子照射量をもっとも高い上部格子板における中性子照射量が $9.5 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ から $9.7 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ になるが、いずれも日本原子力技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」に規定される $1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ を越えており「照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は否定できない」とする平成 18 年の評価に変更はないとしている。また、上部格子板等の靱性低下について原子炉設置者は、60 年時点に相当する中性子照射量に対して靱性低下することは否定できないとした 30 年目の技術評価は、MOX燃料を採用した場合に 60 年時点での中性子照射量が 2%増加しても変わらないとしている。その上で原子炉設置者は日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等に基づく計画的な目視点検を実施することで健全性を維持できるとしている。

当機構は、60 年時点での予想中性子照射量が上部格子板より低い炉心シュラウド、炉心支持板等について、中性子照射量が 2%増加しても上記の $1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ を越えないため、追加の評価が必要となる部位はないことを確認した。

このため、炉心シュラウド等の照射誘起型応力腐食割れについては計画的な目視点検を実施していくことにより健全性の確認は可能であるとした 30 年目の技術評価を変更する必要がないと判断した。

なお、長期保守管理方針では「火力原子力発電技術協会「BWR 炉内構造物点検ガイドライン」、日本機械学会「発電用設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」または原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」に基づく点検が実施されるとともに、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。」としており、最新知見が反映されることとなっている。

また、上部格子板等の靱性低下についても、「点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。」とされている。

以上の結果、当機構は、炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れに関する 30 年目の技術評

価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.2.3 電気・計装品の絶縁低下等

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、放射線の影響によって絶縁低下等を考慮する必要のある以下の電気・計装品は、プラントの60年間の運転を想定した放射線照射を含む長期健全性試験結果によって通常運転及び事故時雰囲気における絶縁性能等が維持できることを評価し、健全性を評価した期間が60年間に満たない電気・計装品は、長期保守管理方針に基づき、今後10年以内に再評価を実施するとしている。今回の評価書では、MOX燃料の採用によりガンマ線照射量が約2%増加したとしても、運転期間及び設計想定事故時を含めた予想ガンマ線照射量は、長期健全性試験等で照射したガンマ線量を超えないことから、30年目の技術評価結果への影響はないものとしている。

- ・電気ペネトレーション(40年の健全性評価)
- ・電動弁駆動部(40年の健全性評価)
- ・高圧ケーブル、低圧ケーブル(難燃PNケーブルのみ51年間の健全性評価)、同軸ケーブル、接続部(端子台は36年の健全性評価、原子炉格納容器内の同軸コネクタは15年の健全性評価)
- ・温度検出器(15年の健全性評価)、格納容器雰囲気監視系放射線計測装置

当機構は、上記の各電気・計装品について、ガンマ線照射量が約2%増加したとしても運転期間及び設計想定事故時を含めた予想放射線量が長期健全性試験で照射したガンマ線量を超えないことを確認し、30年目の技術評価結果を変更する必要はないことを確認した。

なお、30年目の長期保守管理方針では「高圧難燃ケーブル等の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する」としており、ケーブルの最新知見が反映されることとなっている。

以上の結果、当機構は、電気・計装品の絶縁低下等に関する30年目の技術評価の結論は変わらず、40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.2.4 コンクリートの放射線照射による強度低下

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、BWRプラントの運転開始後60年時点で予想される中性子照射量は、原子炉ペDESTAL近傍において $1.59 \times 10^9 \text{n/cm}^2$ 、ガンマ線照射量は、原子炉ペDESTAL近傍において $2.22 \times 10^7 \text{rad}$ であり、いずれもHilsdorf等の文献に示されている放射線照射による強度低下の基準値(中性子照射量： $1.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 、ガンマ線照射量： $2.0 \times 10^{10} \text{rad}$)を超えないことから、コンクリート強度への影響はないとしている。

なお、運転開始後26年経過した平成14年に、福島第一3号炉の原子炉ペDESTALから採取した供試体の破壊試験を行った結果、平均圧縮強度は 38.8N/mm^2 で、設計基準強度

22. $1\text{N}/\text{mm}^2$ を十分上回っていることを確認している。

当機構は、コンクリートへの中性子照射量及びガンマ線照射量が2%増加したとしても、中性子照射量は $1.63 \times 10^9 \text{n}/\text{cm}^2$ 程度、ガンマ線照射量は $2.27 \times 10^7 \text{rad}$ 程度であり、いずれもHilsdorf等の文献に示されている基準値を超えないことから、コンクリート強度への影響はないことを確認した。

以上の結果、当機構は、コンクリートの放射線照射による強度低下に関する30年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.2.5 その他の機器

(1) 使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力低下

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、燃料ラックの未臨界性は K_{eff} （実効増倍率）が最大で0.809であり、40年間使用でのボロンの劣化量は初期値の 10^{-5} 未満であり、未臨界性を確保できるとしている。

今回の評価書において原子炉設置者は、燃料ラック内の全燃料がMOX燃料であると仮定しても、 K_{eff} （実効増倍率）は0.81であり、また、ボロンの劣化量が無視できる程度であることには変わりなく、MOX燃料を採用した場合でも未臨界性の確保に影響はないとしている。

当機構は、燃料ラックの未臨界性が K_{eff} （実効増倍率）で0.81あり、ボロンの劣化量が無視できる程度であることを確認した。

以上の結果、当機構は、使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力低下に関する30年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

(2) 制御棒の照射誘起型応力腐食割れと靱性低下

原子炉設置者は30年目の技術評価書において、中性子照射による制御材被覆管、シース等の照射誘起型応力腐食割れと靱性低下については、中性子照射量により定めた運用基準を適用して取替を実施するとともに、定期検査時に停止余裕検査及び制御棒駆動機構の機能検査により制御能力及び動作に問題のないことを確認しているとしている。

MOX燃料の採用に伴う影響について、原子炉設置者は中性子照射量により定めた運用基準を適用して取替を実施していることから中性子照射量が約2%程度増加したとしても影響を与えるものではないとしている。

当機構は、ボロンカーバイド型制御棒については熱中性子照射量により取り替える運用基準としており、取替基準に達した制御棒について外観点検により異常がない（運用基準にマージンがある）ことを確認していることを確認した。このことから、当機構は、原子炉設置者がMOX燃料を採用した場合でもこの運用基準による取替を実施することは妥当

であると評価した。

以上の結果、当機構は、制御棒の照射誘起型応力腐食割れと靱性低下に関する 30 年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として 40 年目までに 30 年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

(3) ケミカルアンカの樹脂の放射線劣化

原子炉設置者は、30 年目の技術評価書において、ケミカルアンカは格納容器外にのみ用いられており、60 年時点での樹脂のガンマ線照射量は耐放射線性を確認した文献データの値 (10^4Gy) の 80%を超えないと評価している。このため今回の評価書では、ケミカルアンカの樹脂本体へのガンマ線照射量が 2%増加しても樹脂本体への影響はないものと判断するとしている。

当機構は、60 年時点での樹脂の照射量に十分余裕があることを確認し、ケミカルアンカの樹脂の放射線劣化に関する 30 年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として 40 年目までに 30 年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.3 耐震安全性について

(1) 原子炉压力容器（中性子照射脆化）

原子炉設置者は、30 年目の技術評価書において、原子炉压力容器円筒胴（炉心領域）に地震荷重の寄与が大きい周方向欠陥及び圧力の寄与が大きい軸方向欠陥を想定し、中性子照射脆化（60 年時点）と基準地震動 S2 に基づく地震力を考慮した場合の温度・圧力制限曲線を求めて耐震安全性を評価している。評価の結果、中性子照射脆化を考慮した温度・圧力制限曲線に対する地震による影響は小さく、原子炉压力容器の運転が従う飽和圧力・温度曲線と温度・圧力制限曲線の間に十分な離隔があることから耐震安全性が確保されるとしている。

今回の評価書では、MOX燃料の採用により炉心外でも高速中性子束が約 2%上昇するとした場合でも関連温度移行量は約 0.3°C 程度の上昇であり、温度・圧力制限曲線に与える影響は十分に小さく、既存の評価には影響はないものと判断すると記載している。

当機構は、30 年目の技術評価において、中性子照射脆化による破壊靱性の低下を考慮した温度・圧力制限曲線に対する基準地震動 S2 に基づく地震力の影響が小さいこと、同一の温度に対する圧力の制限値は周方向欠陥よりも軸方向欠陥の方が低くなるが原子炉压力容器の運転が従う飽和圧力・温度曲線との間に十分な離隔があることを確認している。今回の評価においては、中性子照射量が 2%増加した場合、関連温度移行量の増加が 60 年時点で約 0.3°C と小さいこと、温度・圧力制限曲線に与える影響は、例えば温度が 60°C の場合に圧力の制限値の低下が約 0.5%と僅かであること、原子炉压力容器の運転が従う飽和圧力・温度曲線と温度・圧力制限曲線の間に十分な離隔があることから耐震安全性が確保されることを確認した。

以上の結果、当機構は、中性子照射量の 2%の増加を考慮しても 30 年目の技術評価の結

論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

(2) 炉内構造物（照射誘起型応力腐食割れ及び靱性低下）

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、中性子照射量が大きい上部格子板及び炉心シュラウド中間胴を代表として、照射誘起型応力腐食割れの発生・進展（炉心シュラウドは点検間隔10年、上部格子板は60年時点）を考慮した欠陥を想定し、中性子照射量の増加による靱性低下と基準地震動S2に基づく地震力を考慮して耐震安全性を評価している。評価の結果、想定欠陥の応力拡大係数は中性子照射材料の破壊靱性値の下限値を下回るため、不安定破壊は生じないとしている。

今回の評価書では、炉心内の高速中性子束はMOX炉心とウラン炉心で中性子束が約2%上昇することから、MOX燃料の採用により、上部格子板及び炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れ及び中性子照射脆化に対する感受性に若干影響を及ぼすものの、き裂の進展量に与える影響は既存評価と変わらず、また、既存評価において許容値に対して2.7倍以上の裕度があるため、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断すると記載している。

当機構は、30年目の技術評価において、上部格子板及び炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れの想定欠陥はき裂進展速度の最大値を用いて評価していること、中性子照射材料の破壊靱性値は下限値を用いて評価していること、基準地震動S2に基づく地震力を考慮した想定欠陥の応力拡大係数に対して破壊靱性値の下限値は約2.7倍（炉心シュラウド）、約3.0倍（上部格子板）大きく、不安定破壊は生じないことを確認している。今回の評価においては、中性子照射量が2%増加して照射誘起型応力腐食割れの進展及び破壊靱性値に対して若干影響するとしても、き裂進展速度の最大値及び破壊靱性値の下限値を用いた平成18年の評価の範囲内であることから不安定破壊は生じず、耐震安全性が確保されることを確認した。

以上の結果、当機構は、中性子照射量の2%の増加を考慮しても30年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

4. 長期保守管理方針の変更要否について

原子炉設置者は、MOX燃料を採用した状況下で60年間の運転を仮定しても現状の保全会を継続するとともに、既評価において定めた一部の機器・構造物において追加すべき保全策を実施することで、プラントを構成する機器・構造物の健全性が確保されることを確認したとし、従って、既に福島第一原子力発電所の保安規定に制定している長期保守管理方針に追加すべき項目はないとしている。

当機構は、3章の評価の結果、MOX燃料の採用により中性子照射量又はガンマ線等の照射量が2%増加するとしても、高経年化技術評価の結果を見直すべきものではなく高経年化対策として新たに追加的に実施すべき保全策はないと評価し、長期保守管理方針に追加すべき項目はないとする原子炉設置者の評価は妥当と判断した。

5. まとめ

当機構は平成 22 年 6 月 21 日付けで原子力安全・保安院より、東京電力株式会社福島第一原子力発電所第 3 号機における MOX 燃料の採用に伴う高経年化対策についての評価結果として原子炉設置者より提出された「福島第一原子力発電所第 3 号機の高経年化対策について」に関し、その内容の技術的妥当性を確認し、その結果を保安院に報告するように依頼を受けた。

当機構は、MOX 燃料の採用に伴う高経年化技術評価への影響について書面審査し、30 年目の高経年化技術評価の結果を見直すべきものはなく、高経年化対策として新たに追加的に実施すべき保全はなく、長期保守管理方針に追加すべき項目はないとしたことは妥当であると評価した。

東京電力(株)
福島第一原子力発電所3号機
MOX燃料採用に伴う高経年化対策等
に関する審査結果について

平成22年7月
原子力安全・保安院



目次

1. 福島第一原子力発電所3号機の高経年化対策等の経緯について
2. 高経年化対策等の審査の概要
3. 30年目の高経年化技術評価に基づく長期保守管理方針の実施状況について
4. MOX燃料採用に伴う高経年化技術評価への影響評価について
 - (1) MOX燃料採用に伴う放射線量の評価
 - (2) 放射線量の増加による経年劣化事象ごとの影響評価結果
5. まとめ

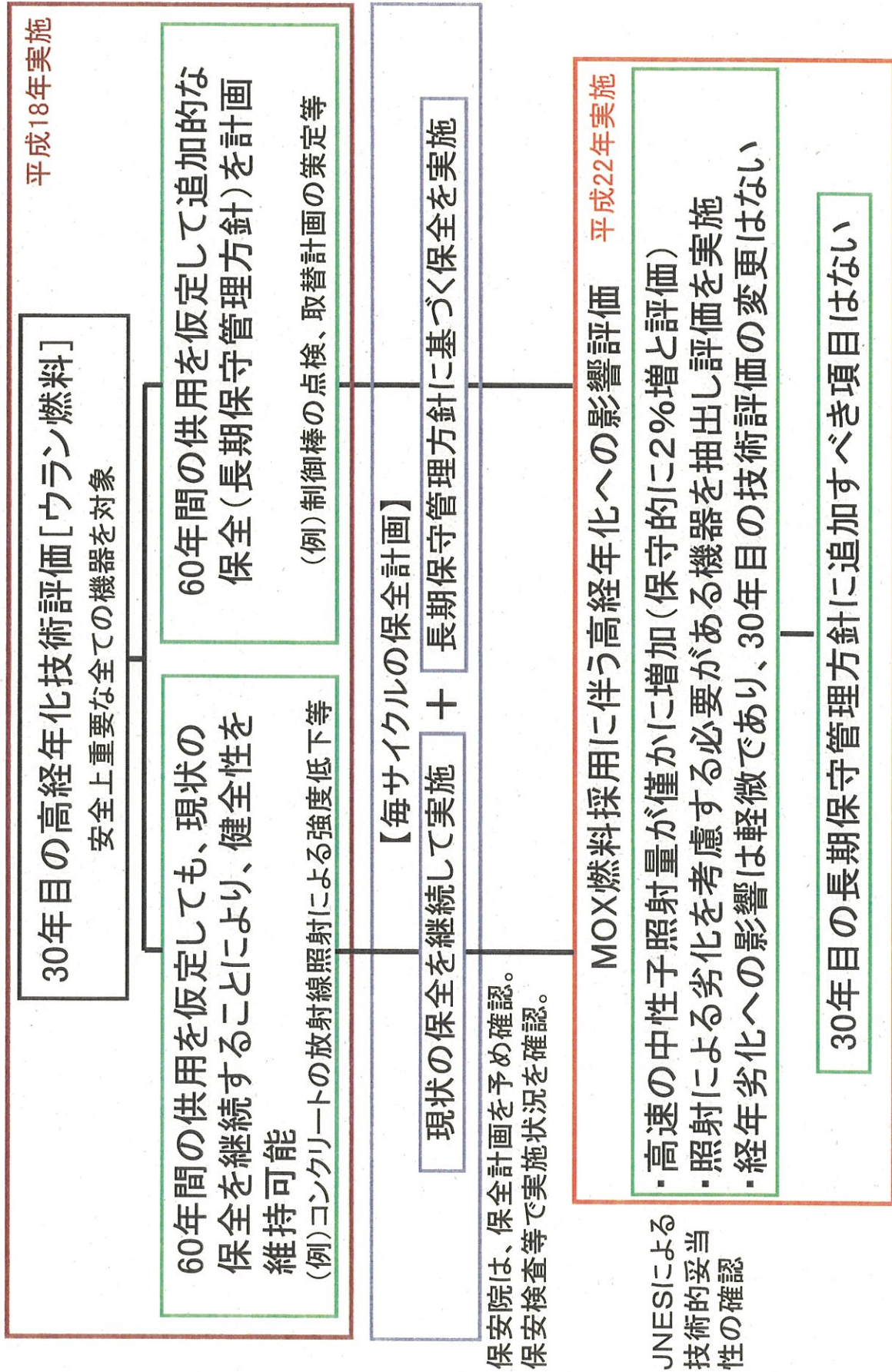
＜参考資料集＞

福島第一原子力発電所3号機の高経年化対策等の経緯について

東京電力(株)福島第一原子力発電所3号機 BWR 出力:784MW

- | | |
|-------------|--------------------------------------|
| 1976年 3月27日 | 営業運転開始 |
| 2006年 3月26日 | 保安院は30年目の高経年化技術評価に対する審査結果公表 |
| 2008年12月12日 | 保安院は制度改正に伴う保安規定変更(長期保守管理方針)認可 |
| 2010年 5月26日 | 東京電力はMOX燃料採用に伴う「高経年化対策について」福島県へ提出 |
| 2010年 6月17日 | 東京電力はMOX燃料採用に伴う「高経年化対策について」保安院へ提出 |
| 2010年 7月26日 | 保安院はMOX燃料採用に伴う「高経年化対策について」に関する審査結果公表 |

高経年化対策等の審査の概要



MOX燃料採用に伴う審査の経緯

- 保安検査により、長期保守管理方針に基づく保全の実施状況を確認
(2010年6月22日)
- 原子力安全基盤機構(JNES)による技術的妥当性の確認
 - ・技術的妥当性について書面審査
- 専門的意見の聴取
 - ・高経年化技術評価ワーキンググループでの審議
(2010年7月16日)
- これらを踏まえ、保安院としての技術的な確認、評価をとりまとめ
(2010年7月26日)

30年目の高経年化技術評価に基づく長期保守管理方針の実施状況について

長期保守管理方針実施項目：23項目の確認

内訳

短期(注1)：5項目(参考資料集参照)

原子炉格納容器の腐食の進展を監視するための肉厚測定等の3項目が継続実施中であり、今後実施予定の2項目も含め平成23年3月26日までに完了予定であることを確認

中長期(注2)：18項目(参考資料集参照)

超音波を使って高圧タービン等のひび割れを検査する等の6項目が継続実施中であり、12項目が今後実施予定であることを確認



長期保守管理方針は適切に実施されていると判断

(注1)実施時期：平成18年3月27日からの5年間

(注2)実施時期：平成18年3月27日からの10年間

MOX燃料採用に伴う高経年化技術評価への影響評価について

(1) MOX燃料採用に伴う放射線量の評価

事業者による評価

ウラン燃料の代わりに全燃料の1/3をMOX燃料にした場合、炉心の高速の中性子量が約2%増加

ただし、高経年化技術評価では、保守的に評価するため、

- ① 運転開始当初からMOX燃料を採用していると設定(60年間MOX燃料を使用すると設定)
- ② ガンマ線の量も2%増加すると設定

国の確認内容

平成11年7月に許可したMOX燃料の採用に伴う設置変更許可申請の際に国が確認した高速の中性子の量を求める計算手法を用い、算定されていることを確認

ウラン燃料の代わりに全燃料体数の1/3をMOX燃料にした場合

1/3MOX燃料 : $1.236 \times 10^{14} \text{n/cm}^2\text{s}$

ウラン燃料9×9燃料 : $1.213 \times 10^{14} \text{n/cm}^2\text{s}$

となり、わずか(2%)の高速の中性子の量が増加

・ガンマ線の量の増加は考慮する必要はないと考えられるが、保守的に2%増加すると設定していることを確認

事業者の評価結果を
妥当と判断

(2) 放射線量の増加による経年劣化事象ごとの影響評価結果

事業者による評価

放射線の照射により影響を受ける事象	高経年化技術評価結果
原子炉圧力容器の中性子照射脆化 (中性子照射により脆くなる影響)	2%の放射線照射量の増加による劣化等の影響は軽微であり、30年目の高経年化技術評価結果を見直すべきものはない
炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ (中性子照射によりひび割れが発生しやすくなる影響)	
電気・計装品の絶縁低下等 (放射線の照射等により絶縁が劣化する影響)	
コンクリートの放射線照射による強度低下	
その他事象(放射線照射による制御棒や機器基礎部の樹脂の劣化等)	
耐震安全性 〔原子炉圧力容器、炉内構造物の中性子照射による材料強度の劣化を〕 〔想定し、基準地震動S2に対して安全であることを確認(注)〕	2%の放射線照射量の増加による影響は極めて軽微であり、耐震安全性に影響を与えるものではない

(注)腐食等の影響を想定して、耐震バックチェックの中間報告機器を対象とした基準地震動Ssに対する評価結果も参考提出

国の確認内容

- ・東京電力は30年目の高経年化技術評価に基づく長期保守管理方針を適切に実施していることを確認
- ・MOX燃料の採用により、放射線照射量が2%増加するとして、60年の供用期間を仮定した機器・構造物の健全性評価が適切に行われていることを確認
- ・この結果、MOX燃料の採用により30年目の高経年化技術評価結果を見直すべきものはないことを確認

事業者の
評価結果を
妥当と判断